

本資料は 年 月 日付で登録区分、
変更する。
2001. 6. - 6

[技術情報室]

臨界事故時線量評価計画

Criticality Accident Dosimetry System

at PNC Plutonium Fuel Facility

1971年10月

動力炉・核燃料開発事業団

東 海 事 業 所

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)
2001

T
BN 8.4 1-71-35
登録区分
1971年10月
2001.6.6
変更表示

臨界事故時線量評価計画

実施責任者 原 梢二郎（安全管理課）

報告者 本山 茂二（安全管理課）五十嵐孝行（安全管理課）

木下 隆（〃）石黒 秀治（〃）

吉岡 信一（〃）北原 義久（本社安全管理室）

村野 徹（〃）岸本洋一郎（〃）

期間 1971年4月1日～1971年10月31日

目的 動燃東海事業所プルトニウム燃料開発施設で臨界事故が発生した場合の被ばく者のスクリーニング法および外部被ばく線量評価法について考え方および算出法をまとめた。

要旨

動燃東海事業所のプルトニウム燃料開発施設の本格的操業開始に伴い潜在的に存在する臨界事故に十分な対策を立てる必要が生じた。今回特に外部被ばく線量評価法について検討を加え基本の方針について考え方をまとめた。

臨界事故時の被ばく者のスクリーニングはフィルムバッジ線量計内のインジウムの放射能をGMサーベイメータで測定することにより実施する。フィルムバッジを着用していなかつたものは直接体内放射能をサーベイする。1, 10, 100 remのスクリーニングレベルを考え、1 rem以上の被ばく者から10 cm²の血液を採取し、個人中性子線被ばく線量を求める。10 rem以上の者は現場医師の診断を受け、また100 remを超えた者は外部医療機関へ送る目安とする。ガンマ線被ばく線量はフィルムと熱ルミネセンス線量計を用いる。以上スクリーニング法および中性子線 ガンマ線被ばく線量の算出法を重点的に検討した。他に臨海事故時線量計、ベルト式線量計、臨界事故時放射能測定装置および中性子線フルエンスの算出法についても検討を加えたので報告する。

目 次

要 旨

1. まえがき	1
2. 臨界事故時外部被ばくモニタリング計画の概要	2
2.1 基本方針	2
2.2 計画の概要	2
3. 高被ばく者のスクリーニング	5
3.1 スクリーニングレベル	5
3.2 GMサーベイメータによるインジウム測定	6
3.3 GMサーベイメータによる体内放射能測定	7
4. 個人被ばく線量	8
5. 中性子線被ばく線量の算出法	9
5.1 血液中ナトリウムの放射能測定	9
5.2 中性子線被ばく線量	10
5.3 全身カウンタ	11
6. ガンマ線被ばく線量の算出法	12
7. 固定式臨界事故時線量計	12
8. 中性子線フルエンスの計算	20
9. 臨界事故用放射能測定装置	25
10. あとがき	27

図 表 目 次

F i g 2.1	モニタリング計画のフローチャート	4
F i g 7.1	固定式臨界事故時線量計（標準型）	13
F i g 7.2	固定式臨界事故時線量計の設置場所	14
F i g 9.1	臨界事故用放射能測定装置のブロックダイヤグラム	25
F i g 9.2	ガンマ線エネルギーとシングルチャネル分析器のダイアル目盛の関係を示す グラフ	27
T a b l e 3.1	スクリーニングレベル一覧表	6
T a b l e 3.2	インジウムのGMサーベイメータ計数率によるスクリーニング・レベル	7
T a b l e 3.3	体内放射能のGMサーベイメータ計数率によるスクリーニング・レベル	8
T a b l e 5.1	ナトリウム放射能と中性子線被ばく線量	10
T a b l e 5.2	^{24}Na の時間補正係数	11
T a b l e 7.1	固定式臨界事故時線量計（標準型）のフォイルデータ一覧の例	15
T a b l e 7.2	固定式臨界事故時線量計（標準型）の核データ(1)	16
T a b l e 7.3	固定式臨界事故時線量計（標準型）の核データ(2)	17
T a b l e 7.4	固定式臨界事故時線量計（標準型）の核データ(3)	18
T a b l e 7.5	固定式臨界事故時線量計（簡易型）の検出フォイルデータ	19
T a b l e 8.1	中性子線フルエンスの算出法	20
T a b l e 8.2	中性子線フルエンスの算出式	24
T a b l e 9.1	主なる測定対象核種とエネルギー一覧	25
T a b l e 9.2	S P H A のベースラインとウインドウ幅	26

1. まえがき

動燃東海事業所ではプルトニウム燃料第2開発室の施設の完成に伴い、近くプルトニウム燃料製造の本操業を予定している。本操業時には大量のプルトニウムを取り扱うため臨界事故の危険性が潜在する。これに対処するため、臨界事故時の対策を種々の分野で整える必要がある。臨界事故対策の骨格としては、臨界事故防止のための基準、作業手順、検査等は一応ここでは除外して考えると次のようなものがあげられる。

- (1) 臨界の検出、アラームおよび退避ルート法
- (2) 被ばく者の選別（スクリーニング）
- (3) 外部被ばく線量の評価
- (4) 内部被ばく線量の評価
- (5) 高被ばく者の医学的措置
- (6) 施設外への汚染物質の漏えい対策
- (7) 事故情報の収集と報道
- (8) 記録・報告様式

以上の各項目は相互に有機的な関連をもって結びつきをもちながら臨界事故対策が計画される必要があるが、今回は上の(2)と(3)すなわちスクリーニング法と外部被ばく線量評価に関する計画を立案したのでここに報告する。

2. 臨界事故時外部被ばくモニタリング計画

2.1 基本方針

臨界事故時の外部被ばくモニタリング計画を立案するに当たり、問題点を明らかにしておく必要がある。事故時のモニタリングは被ばく管理の問題としてではなく高被ばく者の医学的救済に重点をおくべきである。しかしながら臨界事故では急性の臨床症状の現われない高被ばく者の出る可能性も大きく、事故後の被ばく管理や放射線医学の分野に重要な情報を提供するであろうことも明らかであり、これらの点をも考慮しておかなければならぬ。従つて臨界事故が発生した場合のモニタリング上での主要な問題としては次のように要約できる。

- (1) 高被ばく者を確実に医療機関に送り、また治療に役立つデータをできるだけ迅速に提供すること。
- (2) 被ばくの機構や障害等を含めた人間への影響を調査研究すること。
- (3) 被ばく者の社会的復帰を行なうため被ばく線量の最終評価を行ない、事故後の被ばく者の被ばく管理を実施しなければならないこと。

ここで動燃事業団東海事業所安全管理課が確実に準備しておかなければならぬのは、(1)の問題であり、(2)および(3)については国内外の他の諸機関と協力して問題の解決にあたることになろう。

臨界事故時のモニタリングの問題を高被ばく者の救済であると考えた場合、具体的に実施されるモニタリング計画がもつべき要求事項を考えてみる。

臨界事故時の放射線の特徴は広いエネルギー分布をもつ中性子線とガンマ線の混合放射線であること、また過去の臨界事故の事例によると数10ラドから数100ラドあるいはそれ以上の高線量かつ広範囲にわたっていること、等である。これらの放射線の測定をし、線量評価を行う際のプログラムが備えるべき要求事項を列挙すると次のようなものである。

- (1) 高線量被ばく者の迅速かつ落ちこぼれのないような判定が可能のこと。すなわち被ばく者のスクリーニングが現場近くで0~2時間以内に行なえること。
 - (2) 治療の選択のための線量評価が中性子線およびガンマ線に対し2時間~48時間以内に行なえること。
 - (3) 放射線被ばく線量は10~ 10^4 ラド程度まで測定可能のこと。
 - (4) 被ばく線量評価手順を過去に発生した事故例を参考にパラメータ等を決め、選別方法は簡便、単純な方法とし、可能なかぎりマニュアル化して事故に対処すること。
- 以上の請要求を満足するモニタリング計画を立案することを目的とした。

2.2 計画の概要

モニタリング計画の概要を示すフローチャートをFig. 2.1に示す。フローチャートに従ってモニタリング計画の概要について以下述べる。

スクリーニング

臨界事故が発生したらプルトニウム燃料開発室内にいた全員が所定の集合場所に退避する。その集合場所でスクリーニングを実施する。スクリーニングレベルとして中性子線とガンマ線による全被ばく線量で 1 rem, 10 rem, 100 rem を考える。各レベルに対応する GM サーベイメータの計数率をあらかじめ決めておき、1 rem 以上のグループは放射線保健室へ送り血液 10 cm³ を採取して、線量測定を行なう。10 rem から 100 rem のグループに対しては血液採取の他必要に応じ放射線保健室で医師の診断を受ける。100 rem 以上のグループは外部医療機関へ被ばく者を送る。スクリーニングはフィルムバッジ内のインジウムの放射能を GM サーベイメータで測定する。フィルムバッジを着用していないかったグループに対しては GM サーベイメータを胸にかかえて直接体内放射能を測定する。具体的方法については 3 章で詳しく述べる。なおスクリーニングを実施した者よりフィルムバッジ線量計、臨界事故用ベルト、固定式臨界事故時線量計その他必要に応じ、所持品を回収する。

放射能測定

放射線保健室にある臨界事故用放射能測定装置を用いて被ばく線量を求めるために必要な種々の放射能測定を実施する。

スクリーニングで 1 rem 以上被ばくしたと推定されるグループより採取した血液 10 cm³ を測定し中性子線による被ばく線量を求める。その他臨界事故用ベルト、固定式臨界事故時線量計の中に収められている各種中性子検出フォイル、その他必要に応じ、被ばく者の髪の毛、硬貨その他の所持品等の放射能測定により中性子線フルエンスおよび被ばく線量を求める。

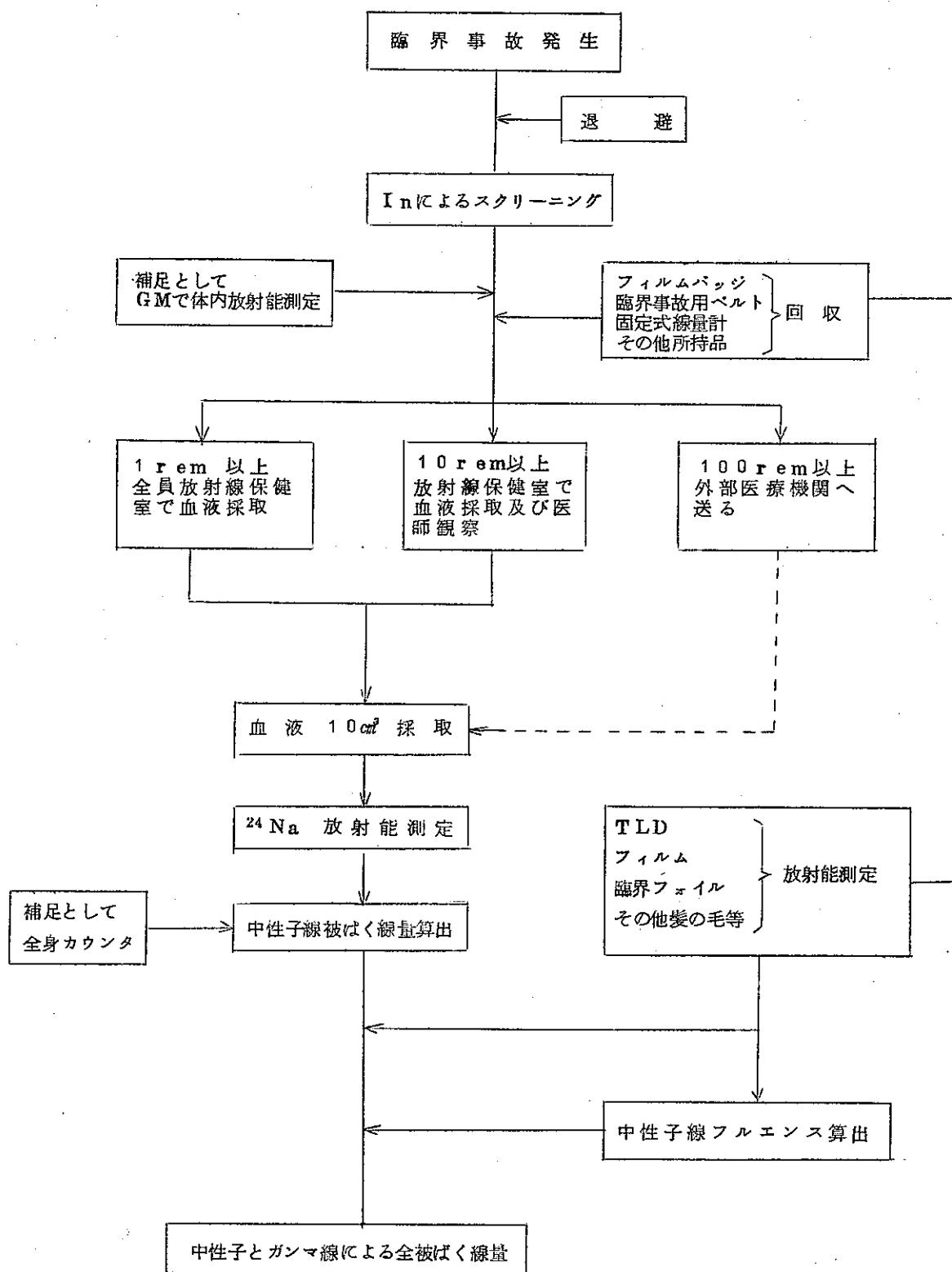


Fig. 2.1 モニタリング計画のフローチャート

中性子線被ばく線量

中性子線による被ばく線量は血液中²⁴Na の放射能より算出する。この方法を中性子線被ばく線量算出の中心と考えるが、これをチェックする目的で、臨界事故用ベルト、固定式臨界事故時線量計より中性子線フルエンスを求めフルエンスより被ばく線量を求める方法と、全身カウンタのデータが得られる場合には補足の意味でこれらの方とも求めれる。

ガンマ線被ばく線量

ガンマ線による被ばく線量の算出にはフィルムと熱ルミネッセンス線量計を用いる。熱ルミネッセンス線量計は測定手順がフィルムの場合のように複雑な手間を必要としないため臨界事故時のように線量評価に迅速性が要求される時特に有効である。熱ルミネッセンス線量計はエネルギー依存性の少ない酸化ベリリウムを使用する。

3. 高被ばく者のスクリーニング

3.1 スクリーニングレベル

臨界事故が発生した場合、プルトニウム燃料開発室内にいた者は全員、決められた退避場所に集合する。集合場所で全員の大よその被ばく線量を決定し、各個人の取り扱いを早急に決めなければならない。ほぼ臨界事故後2時間以内に実施する必要がある。すなわち高線量被ばく者のスクリーニングを行なうわけであるが、スクリーニングレベルとしては、中性子線およびガンマ線合計線量で1, 10, 100 rem の3レベルを考える。実際のスクリーニングは中性子線被ばく線量で判断するので各スクリーニングレベルに対応する中性子線被ばく線量のスクリーニングレベルを決める必要がある。

全被ばく線量 (rem) は中性子線とガンマ線被ばく線量との和である。また線質係数 (QF) としてガンマ線に対しては1, 中性子線に対しては過去の臨界事故のデータから⁽¹⁾⁽²⁾ 2 を採用する。

$$D_t (\text{rem}) = 2 D_n (\text{rad}) + D_\gamma (\text{rad}) \dots \dots \dots (3-1)$$

ここで

$$D_t = \text{全被ばく線量} \quad (\text{rem})$$

$$D_n = \text{中性子線被ばく線量} \quad (\text{rad})$$

$$D_\gamma = \text{ガンマ線被ばく線量} \quad (\text{rad})$$

(1) Accidental Radiation Excursion at Y-12 Plant Y-1234 (1958)

(2) Dosimetry Investigation of the Recuplex Criticality Accident.

Health Physics vol. 9. P757 (1963)

中性子線とガンマ線の被ばく線量比は厳密にはそれぞれの臨界事故に固有の値を示すべき性質のものであるが、これも過去の経験より便宜上 2.8 を考える。

$$D\tau / Dn = 2.8 \quad \dots \dots \dots \quad (3-2)$$

$$D\tau (rem) = 2Dn (rad) + 2.8Dn (rad) = 4.8Dn (rad) \dots \dots \dots (3-3)$$

(3-3)式より中性子線被ばく線量 (rad)を4.8倍すれば、全被ばく線量 (rem)に相当する。各スクリーニングレベルに対応する中性子線被ばく線量でのスクリーニングレベルをまとめてTable 3.1に示す。

Table 3.1 スクリーニングレベル一覧表

全被ばく線量 スクリーニングレベル	中性子線被ばく線量 スクリーニング レベル
1 rem	210 mrad
10 rem	2.1 rad
100 rem	21 rad

実際にスクリーニングする方法は被ばく者が着用していたフィルムバッジ線量計の中に収められているインジウムの放射能を GM サーベイメータ (富士通株式会社製 SM-102 型 サイドウインドウ型) で測定しその計数率より中性子線被ばく線量を推定する方法である。もしフィルムバッジ線量計を着用していないかった者に対しては中性子線による血液中ナトリウムの放射能を被ばく者自身が GM サーベイメータを胸にかかえて直接体内放射能を測定する方法で補充する。スクリーニングは建屋より退避して集合した場所で実施される。

3.2 GM サーベイメータによるインジウム測定

プルトニウム燃料開発室では全員がフィルムバッジ線量計を着用するが、線量計の中には約 250 墓のインジウムが入っている。インジウムは高い核反応断面積をもち中性子により $^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116m}\text{In}$ 反応をして、 ^{116m}In は 54 分の半減期をもち種々のエネルギーのガンマ線を放出する。そのガンマ線を GM サーベイメータで測定し、中性子線被ばく線量を求め、スクリーニングを実施する。

インジウムの放射能と中性子線被ばく線量の関係は Oak Ridge の Y-12 の報告より $2.1 \times 10^{-7} \text{ rad/dpm/g}$ を用いる。この線量-放射能変換係数を用いてスクリーニングレベルを考えてみる。

$$Dn (rad) = 2.1 \times 10^{-7} \left(\frac{\text{rad}}{\text{dpm}} \right) \times A \left(\frac{\text{dpm}}{\text{g}} \right) \dots \dots \dots (3-4)$$

ここで

$$D_n = \text{中性子線被ばく線量} \quad (\text{rad})$$

$$A = \text{インジウムの放射能} \quad (\text{dpm/g})$$

今インジウムは 250mg であるから 250mg インジウムの放射能を A' ($\text{dpm}/250\text{mg}$)

とすると (3-4) 式は

$$\begin{aligned} D_n (\text{rad}) &= 8.4 \times 10^{-7} (\text{rad}/\text{dpm}/250\text{mg}) \times A' (\text{dpm}/250\text{mg}) \\ &= 8.4 \times 10^{-7} (\text{rad}/\text{dpm}/250\text{mg}) \times \frac{1}{\eta} \times A'' (\text{cpm}/250\text{mg}) \cdots (3-5) \end{aligned}$$

ここで

$$\eta = \text{GMサーベイメータの計数効率}$$

$$A'' = 250\text{mg} \text{ インジウムの GMサーベイメータによる計数率} (\text{cpm}/250\text{mg})$$

(3-5) 式を用いて各スクリーニングレベルに応するインジウムの GMサーベイメータ計数率を求めた。今 GMサーベイメータの計数効率 (η) はメータによりそれぞれ異なるが便宜上 0.3% と仮定する。Table 3.2 にその結果を示す。

Table 3.2 インジウムの GMサーベイメータ計数率による
スクリーニングレベル

全被ばく線量 スクリーニングレベル	中性子線被ばく線量 スクリーニングレベル	GMサーベイメータ 計数率
1 rem	210 mrad	750 cpm
10 rem	2.1 rad	7,500 cpm
100 rem	21 rad	75,000 cpm

GMサーベイメータの自然計数率を 100 cpm と考えた場合、インジウムの放射能測定によるスクリーニング法における中性子線被ばく線量の最小検出レベルは約 30 mrad 程度である。但し被ばく直後に測定した場合の値である。 ^{116}mIn の半減期は 54 分であるから被ばく後約 1 時間経過した時は Table 3.2 の計数率は約半分となる。

3.3 GMサーベイメータによる体内放射能測定

臨界事故時の中性子線により被ばくした場合、身体内の血液中のナトリウムが ^{23}Na (n, γ) ^{24}Na 反応する。 ^{24}Na は 1.37 Mev と 2.75 Mev のガンマ線を放出するので GM サーベイメータで被ばく者が胸に抱きかかえて測定する。この方法はきわめて簡便で、全身中性子線被ばく線量を直接測定するため、スクリーニングに適している。線量は次式より算出する。

$$D_n = 0.59 K/M \quad (3-6)$$

ここで

$$D_n = \text{中性子線被ばく線量} \quad (\text{rad})$$

$$K = \text{GMサーベイメータの計数率} \quad (\text{cpm})$$

$$M = \text{被ばく者の体重} \quad (\text{kg})$$

スクリーニングに使用するGMサーベイメータはCo-60を標準線源に用いて 1mR/h
 $= 6,000 \text{ cpm}$ に較正する。常数 0.59 はこの較正条件での値である。

(3-6) 式を用いて参考のため、スクリーニングレベルに対応するGMサーベイメータの計数率をまとめて Table 3.3 に示す。体重は 60 kg を仮定した。

Table 3.3 体内放射能の GMサーベイメータ計数率による
スクリーニング・レベル

全被ばく線量 スクリーニング・レベル	中性子線被ばく線量 スクリーニング・レベル	GMサーベイメータ 計数率
1 rem	210 mrad	20 cpm
10 rem	2.1 rad	200 cpm
100 rem	21 rad	2,000 cpm

Table 3.3 および (3-6) 式より GMサーベイメータは富士通株式会社製 SM-102 型の場合、自然計数率が約 100 cpm 程度あるため、中性子線被ばく線量の最低検出レベルは約 1 rad 程度である。 ^{24}Na の半減期は約 15 時間程度であるから被ばく後 1 ~ 2 時間程度では時間による補正是必要ない。

4. 個人被ばく線量

スクリーニング時には、個人の被ばく線量は既に述べたようにまず中性子線による被ばく線量を求め、その 4.8 倍した値を中性子線とガンマ線による全被ばく線量 (rem) と考え、その後の対策等を決める材料とする。ここではスクリーニング後の個人被ばく線量の求め方の概要について述べる。

個人被ばく線量を決める上の情報源としては次のようなものがある。

(1) フィルム・バッジ線量計

フィルム・バッジ線量計はブルトニウム燃料開発室の全員に対して配布する。フィルムバッジ線量計の中にはガンマ線用としてフィルム（富士フィルムタイプ 3G）と熱ルミネッセンス線量計（松下電器産業株式会社製 BeO 素子 UD-170A 型）、また中性子線用スクリーニングとしてインジウム（250 μg）を収めてある。退避集合場所でスクリーニングする

際フィルムパッジを全員から回収する。

(d) 臨界事故用ベルト

プルトニウム燃料第2開発室の湿式グループに対して臨界事故用ベルトを10本配布する。

ベルト着用者の前後左右に線量計を取り付けてあり着用者の被ばくの方向依存性、中性子線フルエンス、中性子線被ばく線量のデータを得る。

(e) 血液中ナトリウムの放射能

スクリーニングで1 rem のレベルを超えた者全員の血液を10cm³サンプリングし、放射能を測定することにより中性子線被ばく線量を算出する。

(f) 毛髪その他の所持品等の放射能

毛髪中のイオウ放射能より中性子線被ばく線量その他時計、硬貨等の所持品の放射能測定からも中性子線フルエンスおよび被ばく線量評価上、参考にする。

(g) 固定式臨界事故時線量計

既に述べたように中性子線フルエンス、中性子線被ばく線量のデータを得る。

(h) 手局部被ばく用蛍光ガラス線量計

製造工程グループに対してかなりの数の蛍光ガラス線量計が配布されているので臨界事故時着用していた場合、ガンマ線被ばく線量のデータを得る。

(i) 全身カウンタ

全身カウンタを用いて体内放射能データが得られる場合には中性子線被ばく線量を求める。

以上の諸情報源の内、中性子線に関しては血液中ナトリウムの放射能測定より被ばく線量を求める方法、また、ガンマ線に関してはフィルムおよび熱ルミネッセンス線量計より被ばく線量を求める方法を中心にその他参考データを基に最終的な個人被ばく線量を求める。なお中性子線のQFは全身被ばくの場合には2とし、特に目の局部被ばくが問題となる場合には10を採用する。

5. 中性子線被ばく線量の算出法

5.1 血液中ナトリウムの放射能測定

臨界事故時に被ばくした個人の中性子線被ばく線量は血液中に存在するナトリウム(²³Na)の放射化反応を利用する。血液中のナトリウム(²³Na)は中性子と(n, r)反応して²³Na(n, r)²⁴Na、ナトリウム-24になる。²⁴Naは15時間の半減期をもちベータ崩壊しその際1.37 Mevと2.75 Mevのガンマ線を放出する。このガンマ線をウェルタイプNaI(Tl)シンチレーション型放射能測定装置で計数する。

臨界事故後のスクリーニングで中性子線被ばく線量が1 rem以上と推定されるグループに対しては各個人より10cm³の血液を採取する。ヘパリン等の凝固防止処置をした後、ボリ

エチレン製の測定用試験管に入れ放射能測定を行ない、単位体積当たりの ^{24}Na の放射能 K ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を求める。

5.2 中性子線被ばく線量

上で求めた血液中ナトリウムの放射能を用いて中性子線による被ばく線量を次式より算出する。

$$D_n = 5.9 \times 10^{13} \times \frac{\int_0^\infty D_o(E) \phi(E) dE}{\int_0^\infty \zeta(E) \phi(E) dE} \times K \quad (5-1)$$

ここで

D_n = 中性子線被ばく線量 (rad s)

$\phi(E) dE$ = エネルギーが E と $E + dE$ の間の中性子数

$D_o(E)$ = エネルギーが E の単位中性子束密度に対する第一衝突線量

$\zeta(E)$ = エネルギーが E の中性子が熱中性子として身体に捕獲される割合

K = 血液 1cm^3 当たりの ^{24}Na の放射能強度、但し時間的な補正と幾何学的な補正をした値 ($\mu\text{Ci}^{24}\text{Na}/\text{cm}^3$)

積分 $\int_0^\infty D_o(E) \phi(E) dE$ と $\int_0^\infty \zeta(E) \phi(E) dE$ の計算には中性子エネルギースペクトルに関するデータが必要であるが簡便のため Oak Ridge 国立研究所でロバによる照射試験により積分値を求めた値を用いると (5-1) 式は単純な (5-2) 式となる。

$$D_n = 1.65 \times 10^{-5} \times K \quad (\text{rad}) \quad (5-2)$$

(5-2) 式を用いれば被ばく者の血液中の ^{24}Na の放射能 ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) を知れば、すぐに中性子線による第一衝突線量 (First Collision Dose) は求めることが可能である。

参考のために中性子線被ばく線量が 1, 10, 100 rad に相当する血液中ナトリウムの放射能を計算して Table 5.1 にまとめてみた。

Table 5.1 ナトリウム放射能と中性子線被ばく線量

中性子線被ばく線量	$K (\mu\text{Ci}^{24}\text{Na}/\text{cm}^3)$
1 rad	$6.06 \times 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
10 rads	$6.06 \times 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
100 rads	$6.06 \times 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$

* Accidental Radiation Excursion at Y-12 Plant. Y-1234 (1958)

Table 中の K の値は被ばく直後の放射能である。すなわち、事故後数時間経過後測定した場合には補正が必要である。すなわち測定時の放射能強度を Table 5.2 の時間補正係数で割った値を K とする必要がある。

Table 5.2 ^{24}Na の時間補正係数

経過後時間	λt	$e^{-\lambda t}$
60分	0.046	0.95504
90	0.064	0.93800
120	0.093	0.91119
150	0.116	0.89047
180	0.139	0.87022
210	0.162	0.85044
240	0.185	0.83110
270	0.208	0.81220
300	0.231	0.79373
330	0.254	0.77569
360	0.278	0.75729

中性子線被ばく線量は主に(5-2)式で算出するが、その値をチェックする目的で、固定式臨界事故時線量計または被ばく者が着用していた臨界事故時用ベルトのしきい値検出器より求めた中性子線フルエンスの値を用いて、中性子線被ばく線量を次式より求める。

$$D_n = 0.95 \times A \times \frac{0.022 \phi_{th} + 0.04 \phi_{epi} + 1.39 \phi_{cu} + 2.87 \phi_{In} + 3.84 \phi_s}{0.18(\phi_{th} + \phi_{epi}) + 0.5(\phi_{cu} + \phi_{In}) + 0.43 \phi_s} \dots (5-3)$$

ここで、 ϕ_{th} , ϕ_{epi} , ϕ_{cu} , ϕ_{In} , ϕ_s は第8章で求める各エネルギー範囲での中性子線フルエンス(n/cm^2)の値である。また A は血液中の当位体積当たりの放射能(dps/cm³)である。

5.3 全身カウンタ

現在計画しているプログラムでは個人の中性子線被ばく線量の算出には体内血液中のナトリウムの放射能を測定して(5-2)式より求める方法を中心と考えるが、将来全身カウンタでの体内ナトリウム測定が可能となった場合、また現時点でも外部機関の協力で全身カウンタ測定のデータを得られた場合には、個人の中性子線被ばく線量を次式より算出する。

$$D_n(\text{rad}) = 215 \left(\frac{\text{rad}}{\mu\text{Ci}} \right) \times C \left(\frac{\mu\text{Ci}}{\text{kg}} \right) \dots (5-4)$$

ここで D_0 は全身カウンタより求めた当位重量当たりの ^{24}Na の放射能 ($\mu\text{Ci}/\text{Kg}$) である。
 D_n は中性子線被ばく線量 (rad) である。

6. ガンマ線被ばく線量の算出法

臨界事故時のガンマ線による被ばく線量はフィルムと熱ルミッセンス線量計を用いて求める。臨界事故後回収したフィルムバッジ線量計の中のフィルムより事故後約48時間以内にガンマ線被ばく線量を出す。フィルムで線量を求める場合に、通常フィルムの標準照射に使用する $\text{Ra}50\text{mCi}$ の他に高線量として $\text{Co}-60$ 線源も用いて数R程度の標準照射を行なう必要がある。

熱ルミネッセンス線量計には松下電器産業株式会社製の酸化ベリソウム (BeO) UD-170 A型を使用する。UD-170 A型熱ルミネッセンス線量計は 500 R まではほぼ直線関係を示し、高被ばく線量の測定に適する。臨界事故後約6時間以内に被ばく線量を測定する。

その他参考データとしては管理区域内作業者が着用していた手局部被ばく測定用螢光ガラス線量計もガンマ線被ばく線量の算出に当たり使用する。

7. 固定式臨界事故時線量計

臨界事故時の中性子線エネルギースペクトルは被ばく線量評価上重要な情報の一つである。事故時の中性子線エネルギースペクトルを得る目的でプルトニウム燃料開発室内数ヶ所に固定式臨界事故時線量計を設置する。線量計を施設内のプルトニウム取り扱い作業室の出入口等取りはずしに便利な場所に設置、臨界事故時の退避時または事故後再入室した時に取りはずし中性子線検出フォイルの放射能測定することにより、線量計設置場所での中性子線エネルギースペクトルおよび被ばく線量を求める。得られたスペクトルデータは線量計附近に事故時に居た者の中性子線被ばく線量評価に使用する。

線量計には標準型と簡易型の二通りのものを使用する。標準型線量計は米国 Reactor Experiments Inc 社製の Fixed Criticality Dosimeter を使用した。外観は Fig. 7.1 に示すようなものであり、アルミニュームのケースの中に熱中性子領域から 10 Mev 程度までの中性子エネルギーでのフルエンス (n/cm^2) を求めることができるよう合計 26 個の検出フォイルが収められている。熱中性子測定用検出フィイルが 5 個、 1.475 kev から 1.710 kev までのエネルギー範囲での共鳴現象をカバーする 11 個の検出フォイルおよび 1 Mev から 10 Mev までの間で種々のしきい値をもつ 10 個のしきい値検出器が、 4 ブロックに分けて収めている。収められている 26 個の検出フォイルの一覧表を Table 7.1 に示す。4 ブロックの内はじめの 3 ブロック (Resonance, Threshold, Pellet) は熱中性子の影響を除くためにカドニウムで包ってある。各フォイルはすべて 1/2 インチの直径を

MAJOR PARTS OF R/Ex FIXED CRITICALITY DOSIMETER

Reactor Experiments Inc.

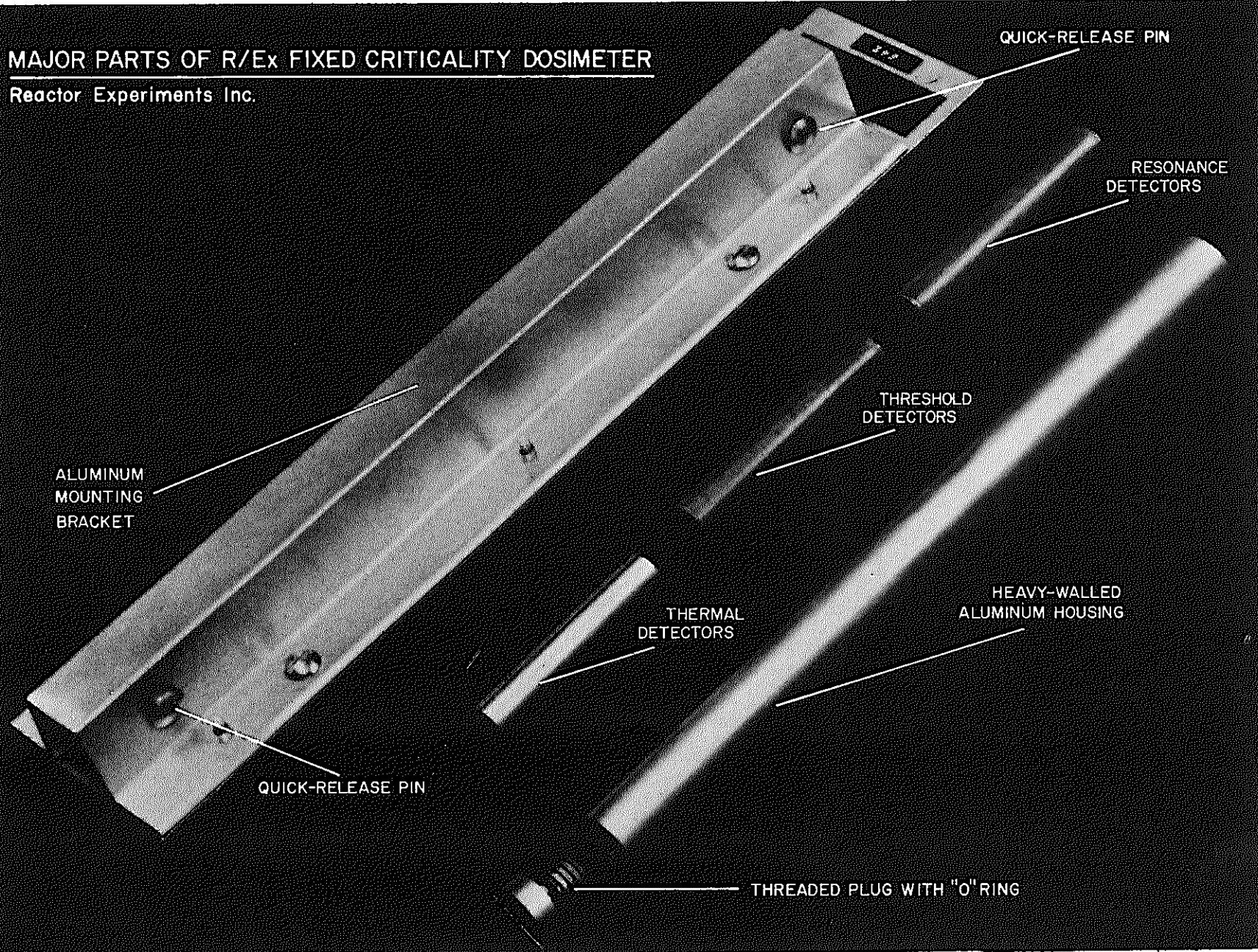


Fig. 7.1 固定式臨界事故時線量計（標準型）

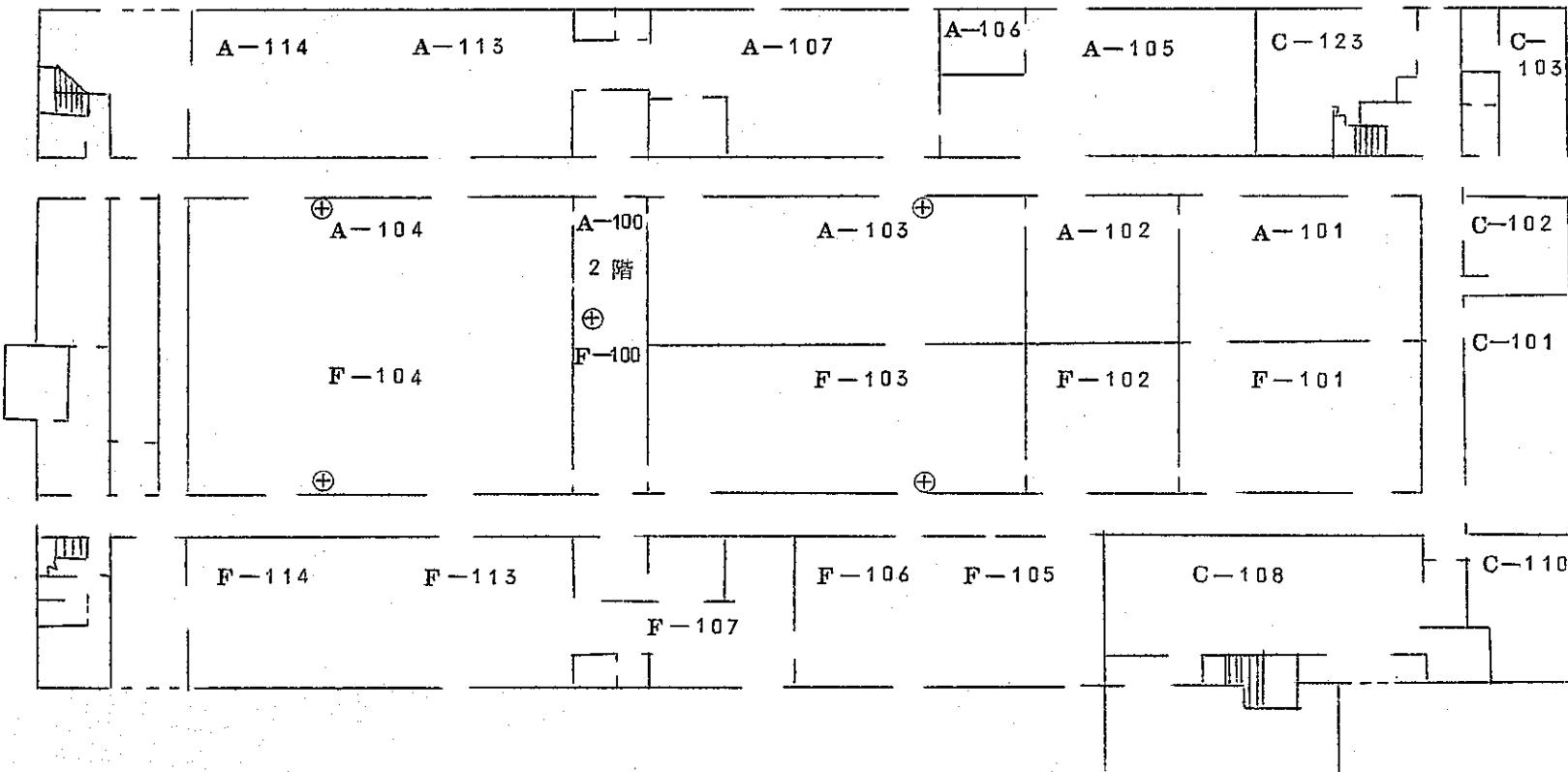


Fig. 7.2 固定式臨海事故時線量計の設置場所

Table 7.1 固定式臨界事故時線量計(標準型)のファイルデータ一覧表の例

ファイル物質名	プロック	反応	重量(g)
Cobalt	Resonance	Resonance, E-T	0.1426
Gold	Resonance	Resonance, E-T	0.1259
Tungsten	Resonance	Resonance	0.3491
Molybdenum	Resonance	Resonance	0.1037
Silver	Resonance	Resonance	0.1624
Copper	Resonance	Resonance, E-T	0.1557
0.47% Lanthanum-Aluminum	Resonance	Resonance	0.0423
Tantalum	Resonance	Resonance	0.2568
80% Manganese-20% Copper	Resonance	Resonance	0.0474
Indium	Resonance	Resonance, E-T	0.2309
<hr/>			
Nickel	Threshold	Threshold	0.2991
Aluminum	Threshold	Threshold	0.2537
Iron	Threshold	Threshold	0.1260
Zirconium	Threshold	Threshold	0.1272
Titanium	Threshold	Threshold	0.1589
Vanadium	Threshold	Threshold	0.0630
Magnesium	Threshold	Threshold	0.0296
4.7% Dysprosium-Aluminum	Threshold	Epi-Thermal	0.0478
<hr/>			
Sodium Chloride	Pellet	Resonance	0.8757
Ammonium Iodide	Pellet	Threshold	1.637
Sulfur	Pellet	Threshold	0.8392
<hr/>			
Cobalt	Thermal	Thermal	0.1418
4.7% Dysprosium-Aluminum	Thermal	Thermal	0.0504
Gold	Thermal	Thermal	0.1251
Copper	Thermal	Thermal	0.1560
Indium	Thermal	Thermal	0.2287

E-T=Epi-Thermal

Table 7.2 固定式臨界事故時線量計(標準型)の核データ (1)

This table lists the most useful thermal neutron reactions. An effort has been made to include most of the materials currently in use.

FOIL MATERIAL	TARGET NUCLEUS	TARGET PERCENT ABUNDANCE*	NUCLEAR REACTION	PRODUCT NUCLEUS	PRODUCT HALF-LIFE	2,200m/s ACTIVATION CROSS-SECTION (barns)
Ag	Ag-107	51.35	n, gamma	Ag-108	2.3m	4.4
Ag	Ag-109	48.65	n, gamma	Ag-110	25 sec	110
In, In-Al	In-115	95.77	n, gamma	In-116m	54m	145
U (nat)	U-235	0.715	n, fission	F. P.	T<1.2	582
Dy-Al	Dy-164	28.18	n, gamma	Dy-165	2.32 h	2,100
V	V-51	99.76	n, gamma	V-52	3.77 m	4.5
Mn-Cu	Mn-55	80.00	n, gamma	Mn-56	2.56 h	13.4
Cu	Cu-65	30.9	n, gamma	Cu-66	5.1m	1.8
Al	Al-27	100	n, gamma	Al-28	2.3m	0.21
Au, Au-Al	Au-197	100	n, gamma	Au-198	2.7 d	96
Rh	Rh-103	100	n, gamma	Rh-104m	4.4m	12
Rh	Rh-103	100	n, gamma	Rh-104	44 sec	140
Co, Co-Al	Co-59	100	n, gamma	Co-60	5.27 y	36.3
NaCl	Na-23	100	n, gamma	Na-24	15 h	0.53
Lu-Al	Lu-175	97.5	n, gamma	Lu-176m	3.7 h	35
B-Al	B-10	19.6	n, alpha	Li-7	Stable	4,010
Eu-Al	Eu-151	47.77	n, gamma	Eu-152	9.2 h	1,400
Pb	Pb-208	52.3	n, gamma	Pb-209	3.2 h	0.06 mb
Nb	Nb-93	100	n, gamma	Nb-94m	6.6m	1.0

* No adjustment made for composition of alloys or compounds.

Addendum: Cu Cu-63 69.1 n, gamma Cu-64 12.8 h 4.3

Table 7.3 固定式臨界事故時線量計(標準型)の核データ (2)

This table lists the most useful resonance neutron reactions. An effort has been made to include most of the materials currently in use.

FOIL MATERIAL	TARGET NUCLEUS	TARGET PERCENT ABUNDANCE*	NUCLEAR REACTION	PRODUCT NUCLEUS	PRODUCT HALF-LIFE	ACTIVATION CROSS-SECTION (barns)	RESONANCE ENERGY (ev)
In, In-Al	In-115	95.77	n, gamma	In-116m	5.4m	2.550	1.457
Au, Au-Al	Au-197	100	n, gamma	Au-198	2.7d	1.490	4.906
Ag	Ag-109	48.65	n, gamma	Ag-110	253d	~1,200	5.20
W	W-186	28.4	n, gamma	W-187	24h	476	1.88
Co, Co-Al	Co-59	100	n, gamma	Co-60	5.27y	65	132
Cu, Cu-Al	Cu-63	69.1	n, gamma	Cu-64	12.8h	3.17	580
Mo	Mo-98	23.75	n, gamma	Mo-99	67h	9.9	480
NaCl	Na-23	100	n, gamma	Na-24	15h	0.075	1,710
La-Al	La-139	99.911	n, gamma	La-140	40.2h	170	73.5
Mn-Cu, Mn-Al	Mn-55	100	n, gamma	Mn-56	2.56h	11.1	337
Ta	Ta-181	100	n, gamma	Ta-182	115d	12,500	4.28
Lu-Al	Lu-176	2.60	n, gamma	Lu-177	6.8d	355	0.142
Eu-Al	Eu-151	47.77	n, gamma	Eu-152	9.2h	11,000	0.461
Rh	Rh-103	100	n, gamma	Rh-104	44 sec	4,500	1.260

* No adjustment made for composition of alloys or compounds.

Table 7.4 固定式臨界事故時線量計(標準型)の核データ (3)

This table lists the most useful threshold neutron reactions. An effort has been made to include most of the materials currently in use. Target abundance shows percent in naturally occurring element, not in compound or alloy.

FOIL MATERIAL	TARGET NUCLEUS	TARGET PERCENT ABUNDANCE*	NUCLEAR REACTION	PRODUCT NUCLEUS	PRODUCT HALF-LIFE	EFFECTIVE ACTIVATION CROSS-SECTION (barns)	EFFECTIVE THRESHOLD ENERGY (mev)
Ni	Ni-58	6.776	n, p	Co-58	71.3d	0.42	2.9
Fe	Fe-54	5.84	n, p	Mn-54	314d	0.61	3
Fe	Fe-56	91.68	n, p	Mn-56	2.58h	0.110	7.5
Ti	Ti-46	7.95	n, p	Sc-46	84.1d	0.23	5.5
S, $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_4$	S-32	95.018	n, p	P-32	14.3d	0.30	2.9
Mg	Mg-24	78.60	n, p	Na-24	15h	0.060	6.3
Al	Al-27	100	n, alpha	Na-24	15h	0.130	8.7
Zr	Zr-90	51.46	n, 2n	Zr-89	3.3d	1.6	14
In, In-Al	In-115	95.77	n, n'	In-115m	4.5h	0.2	1.0
NH ₄ I	I-127	100	n, 2n	I-126	13.3d	0.98	11.0
V	V-51	99.76	n, alpha	Sc-48	44h	0.08mb	11.5
Th	Th-232	100	n, fission	Mo-99	66h	0.060	1.75
U depl(0.415%)	U-238	0.415	n, fission	Mo-99	66h	0.55	1.45
U depl(378ppm)	U-238	0.378	n, fission	Mo-99	66h	0.55	1.45
Si-Al	Si-28	92.27	n, p	Al-28	2.3m	0.004	6.7
Cu	Cu-63	69.09	n, 2n	Cu-62	9.73m	0.76	11.4
Zr	Zr-90	51.46	n, p	Y-90	64.6h	0.047	5

もつ円板状で 26 個の内臨界事故時には Resonance ブロックでは金，銅，インジウム，また Pellet ブロックではイオウおよび Thermal ブロックでは金，銅，インジウムを重点的に測定する方針である。なお各検出フォイルの核データをまとめて Table 7.2, 7.3 および 7.4 に示す。

簡易型固定式臨界事故時線量計は標準型線量計と同じ目的で施設内に設置するが，中性子検出フォイルは 7 種類である。検出フォイル，測定する中性子エネルギー範囲，核反応および重量の一例を Table 7.5 に示す。これら各検出フォイルの放射能を測定することにより熱中性子から 10 MeV までを 5 群のエネルギー範囲でフルエンスを求める。フルエンスの具体的な計算法は次の章で詳しく述べる予定である。

簡易型固定式臨界事故時線量計も標準型と同じくプルトニウム燃料取扱作業室の出入口等の取りはずしに便利な場所に設置し，事故時の退避途中や，または事故後の再入室により取りはずし，検出フォイルの放射能測定を実施する。固定式臨界事故時線量計の配置図を Fig. 7.2 に示す。

なお，この簡易型線量計と同仕様のものをプルトニウム燃料第 2 開発室の混式グループに臨界事故用ベルトとして 1 本のベルトに前後左右 4 本取り付け使用する。

Table 7.5 固定式臨界事故時線量計（簡易型）の検出フォイルデータ

検出フォイル	測定エネルギー範囲	核 反 応	重 量(㌘) (例)
In	0.025 eV~2 eV	$^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116m}\text{In}$	0.2358
In(Cd)	0.4 eV~2 eV	$^{115}\text{In}(n, \gamma)^{116m}\text{In}$	0.2315
Au	0.025 eV~10 eV	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	0.1244
Au(Cd)	0.4 eV~10 eV	$^{197}\text{Au}(n, \gamma)^{198}\text{Au}$	0.1265
Cu(Cd)	0.4 eV~1 MeV	$^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$	0.1600
In(Cd)	>1 MeV	$^{115}\text{In}(n, n')^{116m}\text{In}$	0.2315
S	>29 MeV	$^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$	0.3834

8. 中性子線フルエンスの計算

臨界事故解析特に中性子線による被ばく線量を評価しようとする場合、中性子線エネルギーベクトルに関するデータは重要である。これは中性子線のエネルギーにより被ばく効果が大きく異なるため、正確にエネルギースペクトルを知る必要がある。すなわちエネルギーにより単位中性子線フルエンス当たりの被ばく線量 ($\text{rads}/\text{n/cm}^2$) が異なっているわけである。各種フィルターを組み合わせその放射能を測定することにより、熱中性子から高速中性子エネルギーを5群に分けて中性子線フルエンス (n/cm^2) を求める。中性子線被ばく線量評価に使用するしきい値検出器とエネルギー範囲を Table 8.1 にまとめた。各エネルギー範囲別の評価法を次に述べる。

Table 8.1 中性子線フルエンスの算出法

エネルギー範囲	フルエンス算出法*
0.025 eV ~ 0.3 eV	$A(\text{In}) - A(\text{Cd-In-Cd})$
	$A(\text{Au}) - A(\text{Cd-Au-Cd})$
0.3 eV ~ 2 eV	$A(\text{Cd-In-Cd})$
	$A(\text{Cd-Au-Cd})$
2 eV ~ 1 MeV	$A(\text{Cu}) - A(\text{Cd-In-Cd})$
1 MeV ~ 2.9 MeV	$A(\text{Cd-In-Cd}) - A(S)$
2.9 MeV 以上	$A(S)$

* A (ファイル名) : 各ファイルの放射能を示す。

0.025 eV ~ 0.3 eV

このエネルギー範囲の被ばく線量評価にはインジウムとカドミウムで覆ったインジウムの2種類の検出器を使用する。インジウム (^{115}In) は熱中性子に対して 145 パーンの放射化断面積をもち、この値は熱中性子エネルギーから 0.3 eV まではほぼ一定であると考える。またカドミウムは熱中性子に対して 3,300 パーンの吸収断面積をもっているため、カドミウムで覆われたインジウムは 0.3 eV 以上のエネルギーをもつ中性子で主として 1.4 eV のエネルギーをもつ中性子で放射化される。カドミウムは 1.4 eV で 28,000 パーンの共鳴吸収断面積をもつ。したがってインジウムとカドミウムで覆われたインジウムの放射能の差より 0.025 eV から 0.3 eV の中性子エネルギー領域の線量を算出する。

$$\phi_{th} = \frac{\frac{C(\text{In})}{W(\text{In})} - \frac{C(\text{Cd-In})}{W(\text{Cd-In})}}{2 \cdot K_1 \cdot G_1 \cdot e^{-1.28 \times 10^{-2} \times t}} = \text{n}/\text{cm}^2$$

ここで

ϕ_{th} : 热中性子フルエンス (n/cm^2)

$C(Ind)$: インジウム検出器の計数率 (Counts per minute)

$W(Ind)$: インジウム検出器の重量 (グラム)

$C(Cd-Ind)$: カドミウムで覆われたインジウム検出器の計数率 (cpm)

$W(Cd-Ind)$: カドミウムで覆われたインジウム検出器の重量 (グラム)

K_1 : 単位中性子線フルエンス当たりのインジウムの放射能 (dpm/gm/nvt)

G_1 : インジウム測定条件での計数効率

熱中性子範囲の中性子線フルエンスは金およびカドミウムで覆った金の放射能の差より求めることもできる。金は熱中性子に対し 96 パーンの反応断面積をもつインジウムに比べて低いが、半減期が 2.7 日と長いため減衰が少ない利点がある。

金を用いて次式より熱中性子のフルエンスを求める。

$$\phi_{th} = \frac{\frac{C(Au)}{W(Au)} - \frac{C(Cd-Au)}{W(Cd-Au)}}{2 \cdot K'_1 \cdot G'_1 \cdot e^{-1.78 \times 10^{-4} \times t}} = n/cm^2$$

ここで

K'_1 : 単位中性子線フルエンス当たりの金の放射能 (dpm/gm/nvt)

G'_1 : 金測定条件での計数効率

0.3 eV ~ 2 eV

カドミウムで覆われたインジウムは主として 0.3 eV から 2 eV のエネルギーをもつ中性子により放射化される。いわゆるエピサーマル中性子線フルエンスは次式より求める。

$$\phi_{epi} = \frac{\frac{C(Cd-Ind) - C(BGI)}{W(Cd-Ind)}}{2 \times K_2 \times G_2 \times e^{-1.28 \times 10^{-2} \times t}} = n/cm^2$$

ここで

ϕ_{epi} : エピサーマル中性子エネルギー範囲の中性子線フルエンス (n/cm^2)

$C(Cd-Ind)$: カドミウムで覆われたインジウムの計数率 (cpm)

$C(BGI)$: インジウム測定条件での自然計数率 (cpm)

$W(Cd-Ind)$: カドミウムで覆われたインジウムの重量 (グラム)

K_2 : 単位中性子線フルエンス当たりのインジウムの放射能 (dpm/gm/nvt)

G_2 : インジウム測定条件での計数効率

このエネルギー範囲の中性子線フルエンスも熱中性子と同様カドミウムで覆った金の放射能より求めることができる。

$$\phi_{epi} = \frac{C(Cd-Au) - C(BG1)}{W(Cd-Au)} \times \frac{2 \times K_2' \times G_2' \times e^{-1.78 \times 10^{-4} \times t}}{= n/cm^2}$$

ここで

BG1 : 金測定条件での自然計数率 (cpm)

K_2' : 単位中性子線フルエンス当たりの金の放射能 (dpm/gm/nvt)

G_2' : 金測定条件での計数効率

金を用いた場合のエネルギー範囲は正確には 5 eV に大きな共鳴吸収ピークがあるため実効エネルギー範囲は 0.3 eV ~ 1.0 eV である。

2 eV ~ 1 MeV

銅は熱中性子エネルギーから 1 MeV のエネルギー範囲に対して平均 0.3 パーンの放射化断面積をもっている。銅はこのエネルギー範囲の中性子により $^{63}\text{Cu}(n, \gamma)^{64}\text{Cu}$ なる核反応を行なう。 ^{64}Cu は 12.8 hr の半減期をもち、0.51 MeV と 1.34 MeV のガンマ線を放出する。銅は熱中性子エネルギーから 2 eV までの中性子によっても放射化されるのでこの寄与を差し引いて考えなければならない。銅をカドミウムで覆うと熱中性子分は除去される、2 eV から 1 MeV までの中性子線エネルギー範囲の中性子線フルエンスは次式より求める。

$$\phi_{2\text{eV} \text{to} 1\text{MeV}} = \frac{C(\text{Cu}) - C(BG2)}{W(\text{Cu})} \times \frac{2 \times K_3 \times G_3 \times e^{-9 \times 10^{-4} \times t}}{-2.2 \phi_{epi}} = n/cm^2$$

ここで

$\phi_{2\text{eV} \text{to} 1\text{MeV}}$: 中性子線エネルギーが 2 eV から 1 MeV までのエネルギー範囲の中性子線フルエンス

$C(\text{Cu})$: 銅しきい値検出器の計数率 (cpm)

$C(BG2)$: 銅測定条件での自然計数率 (cpm)

$W(\text{Cu})$: 銅の重量 (グラム)

K_3 : 単位中性子線フルエンス当たりの銅の放射能 (dpm/gm/nvt)

G_3 : 銅測定条件での計数効率

1 MeV ~ 2.9 MeV

このエネルギー範囲の中性子線フルエンスを求めるにはインジウムの $^{115}\text{In}(n, n')^{115m}\text{In}$

反応を利用するインジウム (^{115}In) は 1 MeV 以上の速中性子線に対して非弾性散乱をするが、この散乱は 450 KeV のしきい値をもつ。1 MeV の速中性子に対しインジウム (^{115}In) は平均 0.180 パーンの放射化断面積をもっている。またインジウム核異性体 (^{115m}In) は 4.5 時間の半減期をもち、0.335 MeV のガンマ線と 0.96 MeV のベータ線を放出する。ガンマ線の放射能測定により次式より 1 MeV から 2.9 MeV のエネルギー範囲の中性子線フルエンスを求める

$$\phi_{1\text{ MeV} \text{ to } 2.9\text{ MeV}} = \frac{\frac{C(\text{Cd-In}) - C(\text{BG3})}{W(\text{Cd-In})}}{K_4 \cdot G_4 \cdot e^{-2.56 \times 10^{-3} \times t}} - 1.7 \phi_{\text{above } 2.9\text{ MeV}}$$

ここで

$\phi_{1\text{ MeV} \text{ to } 2.9\text{ MeV}}$: 中性子エネルギーが 1 MeV から 2.9 MeV までのエネルギー範囲の中性子線フルエンス (n/cm^2)

$C(\text{Cd-In})$: インジウムしきい値検出器の計数率 (cpm)

$C(\text{BG3})$: インジウム測定条件での自然計数率 (cpm)

$W(\text{Cd-In})$: カドミウムで覆われたインジウムの重量 (グラム)

K_4 : 単位中性子線フルエンス当たりのインジウムの放射能 (dpm/gm/nvt)

G_4 : インジウム測定条件での計数効率

> 2.9 MeV

このエネルギー範囲の速中性子線フルエンスの算出にはイオウの $^{32}\text{S}(n, p)^{32}\text{P}$ 反応を利用する。この反応は約 2.5 MeV のしきい値エネルギーをもち、この反応の断面積は 2.9 MeV 以上のエネルギーで 230 mb で一定とみなせる。生成された ^{32}P は 14.5 日の半減期をもち 1.71 MeV のベータ線を放出する。このベータ線を測定することにより次式より中性子線フルエンスを求める。

$$\phi_{> 2.9\text{ MeV}} = \frac{\frac{C(S)}{W(S)}}{K_5 \cdot G_5 \cdot e^{-3.36 \times 10^{-5} \times t}}$$

$\phi_{> 2.9\text{ MeV}} = 2.9\text{ MeV}$ 以上の中性子フルエンス (n/cm^2)

$C(S) = ^{32}\text{S}$ しきい値検出器の計数率 (cpm)

$W(S) = ^{32}\text{S}$ しきい値検出器の重量 (gram)

K_5 = 単位中性子線フルエンス当たりのイオウ (実際は ^{32}P) の放射能
(dpm/gm/nvt)

G_5 = イオウ測定条件での計数効率

各エネルギー範囲でのフルエンス算出式をまとめて Table 8.2 を示す。

Table 8.2 中性子線フルエンスの算出式

エネルギー範囲	フルエンス算出式
0.025 eV ~ 0.3 eV	$\phi_{th} = \frac{\frac{C(Inc) - C(Cd-In)}{W(Inc)} - \frac{C(Cd-In)}{W(Cd-In)}}{K_1 \cdot G_1 \cdot e^{-1.28 \times 10^{-2} \times t}} = n/cm^2$
0.3 eV ~ 2 eV	$\phi_{epi} = \frac{\frac{C(Inc) - C(BG1)}{W(Inc)} - \frac{C(BG1)}{W(Inc)}}{K_2 \cdot G_2 \cdot e^{-1.28 \times 10^{-2} \times t}} = n/cm^2$
2 eV ~ 1 MeV	$\phi_{epi\ to\ 1\ MeV} = \frac{\frac{C(Cu) - C(BG2)}{W(Cu)} - \frac{C(BG2)}{W(Cu)}}{K_3 \cdot G_3 \cdot e^{-9 \times 10^{-4} \times t}} - (2.2 \phi_{epi} + 4.2 \phi_{th}) = n/cm^2$
1 MeV ~ 2.9 MeV	$\phi_{1\ MeV\ to\ 2.9\ MeV} = \frac{\frac{C(Cd-In) - C(BG3)}{W(Cd-In)} - \frac{C(BG3)}{W(Cd-In)}}{K_4 \cdot G_4 \cdot e^{-256 \times 10^{-3} \times t}} - 1.7 \phi_s = n/cm^2$
> 2.9 MeV	$\phi_{above\ 2.9\ MeV} = \frac{\frac{C(S)}{W(S)}}{K_5 \cdot G_5 \cdot e^{-3.36 \times 10^{-5} \times t}} = n/cm^2$

9. 臨界事故用放射能測定装置

臨界事故時の解析特に中性子線フルエンスおよび中性子線被ばく線量の評価は種々の検出器フォイルおよび血液等の放射能をもとに算出される。放射能測定は Fig. 9.1 に示すようなブロックダイヤグラムをもつ臨界事故用放射能測定装置により測定する。ベータ線用検出器としては端窓型 GM 計数管を使用し回りを 3cm の鉛で遮へいした。またガンマ線用検出器として外形寸法 $1\frac{3}{4}\phi \times 1\frac{1}{2}$ インチのウェル型 NaI(Tl) シンチレーターを使用した。検出器の出力信号は前置増幅器、コントロールユニット、主増幅器を通じシングルチャンネル波高分析器で目的とするエネルギーのパルスのみを選別しカウンターに計数される。

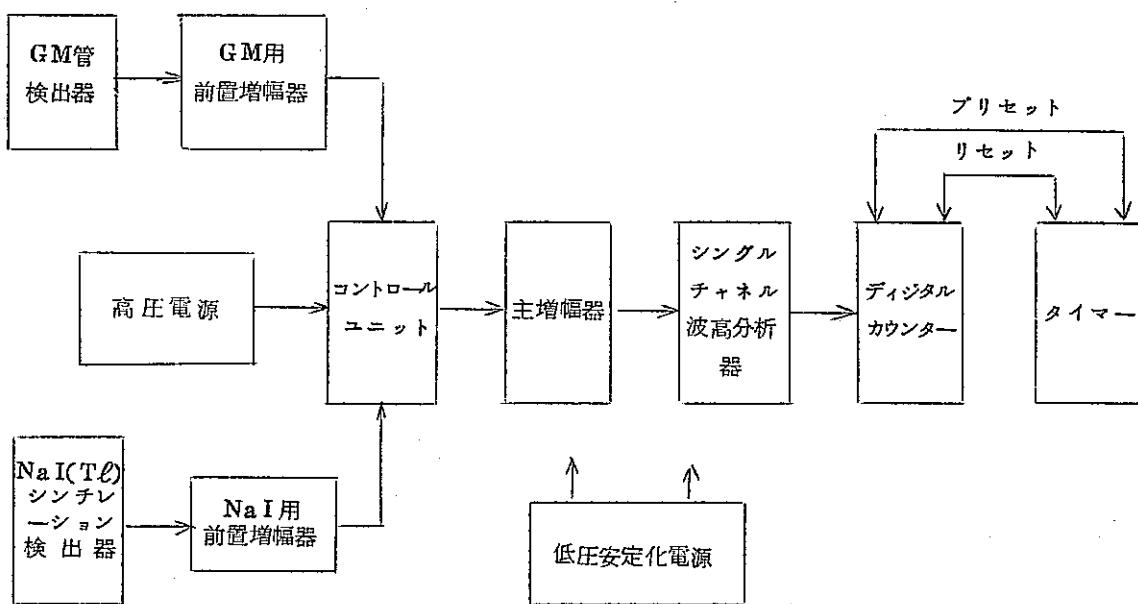


Fig. 9.1 臨界事故用放射能測定装置のブロック・ダイヤグラム

シングルチャンネル波高分析器で測定しようとする核種のガンマ線のエネルギーに合わせてベースラインおよびウインドウ巾を調整する。主なる測定核種のベータ線およびガンマ線のエネルギーおよび強度を Table 9.1 にまとめた。各核種のエネルギーに応じてシングルチャンネル波高分析器のベースラインを設定するためのグラフを Fig. 9.2 に示す。グラフより波高分析器のベースライン (LLD ダイアル) およびウインドウ巾 (ULD ダイアル) の設定レベルを Table 9.1 に各核種別にまとめて示す。本測定装置を用いた測定結果を使って前章で述べた手順に従い中性子線フルエンスおよび中性子線被ばく線量等を算出する。

Table 9.1 主なる測定対象核種とエネルギー一覧

反応式	半減期	β , γ 線エネルギー及び強度
$^{23}\text{Na} (n, \gamma) ^{24}\text{Na}$	14.96 hr	1.369 MeV (100%) 2.754 MeV (100%)
$^{115}\text{In} (n, \gamma) ^{116m}\text{In}$	54.0 min	0.138 MeV (3%) 0.417 MeV (36%) 0.819 MeV (17%) 1.09 MeV (53%) 1.293 MeV (80%) 1.508 MeV (11%) 2.111 MeV (20%)
$^{115}\text{In} (n, n') ^{115m}\text{In}$	4.50 hr	In X-rays 0.335 MeV (50%)
$^{63}\text{Cu} (n, \gamma) ^{64}\text{Cu}$	12.80 hr	Ni X-rays 0.511 MeV (38%) 1.34 MeV (0.5%)
$^{197}\text{Au} (n, \gamma) ^{198}\text{Au}$	2.70 days	(β) 0.962 max (γ) 0.412 MeV (95%) 0.676 MeV (1%) 1.088 MeV (0.2%)
$^{32}\text{S} (n, p) ^{32}\text{P}$	14.3 days	(β^-) 1.710 max

Table 9.2 SPAH* のベースラインとウインドウ巾

核種	測定しようとする ガンマ線エネルギー	L LD目盛	ULD目盛
^{24}Na	1.369 MeV	6.55	7.45
^{116m}In	1.293 MeV	6.22	7.12
^{115m}In	0.335 MeV	1.83	2.73
^{64}Cu	0.511 MeV	2.62	3.52
^{198}Au	0.412 MeV	2.17	3.07

* Single Channel Pulse Height Analyzer の略

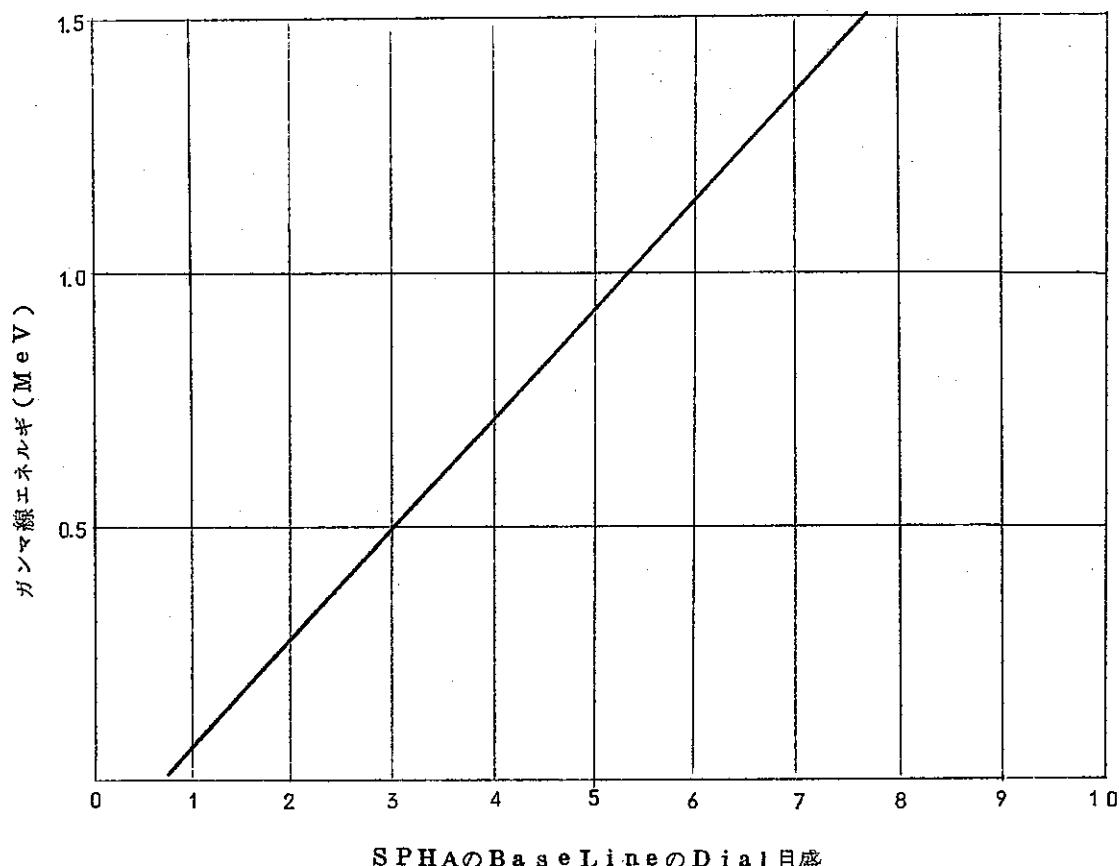


Fig. 9.2 ガンマ線エネルギーとシングルチャネル波高分析器の Dial 目盛の関係を示すグラフ

10. あとがき

ブルトニウム燃料第2開発室での臨界事故を予想しこれに対処するため、特に外部被ばくに着目して線量評価方法についてまとめた。臨界事故直後のスクリーニング法および個人外部被ばく線量評価法を重点的に記述した。なお本報告では線量評価法の考え方を述べ、より具体的な評価法のマニュアル化を近い将来実施する計画である。

臨界事故時の対策としては、線量評価的側面だけでなく、医学的側面、環境問題等を含めた総合的な対策を整備する必要がある。幸いに日本では臨界事故の経験がないこともあるが、具体的対策を計画する際の参考資料が欠しく本計画にも不充分な点が多いと思われる。問題点やあやまりがあれば御指摘いただきたい。

なお、本報告は本社安全管理室および東海安全管理課内の関係者による討論に基づき石黒がまとめたものである。